



平成16年1月30日
日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 第20回定期検査の開始について

当社、東海第二発電所（沸騰水型軽水炉、定格電気出力110万キロワット）は、平成16年2月1日から約2ヶ月間の予定で、第20回定期検査を実施します。

定期検査を実施する主な設備は、次のとおりです。

- (1) 原子炉本体
- (2) 原子炉冷却系統設備
- (3) 計測制御系統設備
- (4) 燃料設備
- (5) 放射線管理設備
- (6) 廃棄設備
- (7) 原子炉格納施設
- (8) 蒸気タービン設備
- (9) 非常用予備発電装置

(添付資料) 東海第二発電所 第20回定期検査の概要

なお、定期検査の状況については、当社ホームページ（<http://www.japc.co.jp/>）でお知らせします。

また、政省令改正（品質保証活動の充実）を踏まえ、発電所の品質保証活動を充実・強化するため、1月14日付けで「品質保証課」を設けました。

以上

東海第二発電所 第20回定期検査の概要

1. 主要な工事

① 第4給水加熱器取替工事 <添付図①>

第4給水加熱器3基について、伝熱管支持板の減肉対策として、炭素鋼から耐食性に優れた低合金鋼に変更したものに取替えます。

② 原子炉冷却材再循環流量制御弁下ぶた取替工事 <添付図②>

原子炉冷却材再循環流量制御弁の信頼性向上のために、ボールシャフト（弁棒）と原子炉冷却材再循環流量制御弁の下ぶたを取替えます。

③ 原子炉水位計修繕工事 <添付図③>

原子炉水位検出配管への非凝縮性ガスの滞留防止策として、当該配管の形状等を変更します。

2. 設備の保全対策及び点検工事

① 炉心シュラウドの応力腐食割れ他に伴う健全性確認

国内他プラントにおいて、応力腐食割れにより炉心シュラウドや原子炉再循環系配管にひびが認められた事象に鑑み、当該部等の健全性を確認します。

② 制御棒駆動水圧系配管の海塩に起因する応力腐食割れに伴う健全性確認

国内他プラントにおいて、制御棒駆動水圧系配管にひびが認められた事象に鑑み、当該配管等の健全性を確認します。

③ 冷却材ポンプ封水注入ラインベント弁溶接部付近からの漏えい事象に伴う健全性確認

国内他プラント（加圧水型軽水炉）において、1次冷却材ポンプ封水注入ラインベント弁からの漏えいが認められた事象に鑑み、残留熱除去系やほう酸水注入系の健全性を確認します。

3. その他点検工事等

① タービン関連設備点検

高圧・低圧(B)タービン開放点検及び主発電機の本格点検をします。

② 原子炉格納容器圧力抑制室プール内の塗装工事

プール内の状況確認・清掃を行い、壁面の補修塗装工事をします。

4. 燃料取替

燃料集合体全数764体のうち、160体の燃料集合体を取替える予定です。

5. 運転停止・再開予定 <添付図④>

発電機解列・原子炉停止	平成16年2月1日
原子炉起動・臨界	平成16年3月中旬
発電再開（調整運転開始）	平成16年3月下旬
定期検査終了（定常運転再開）	平成16年4月中旬

以 上

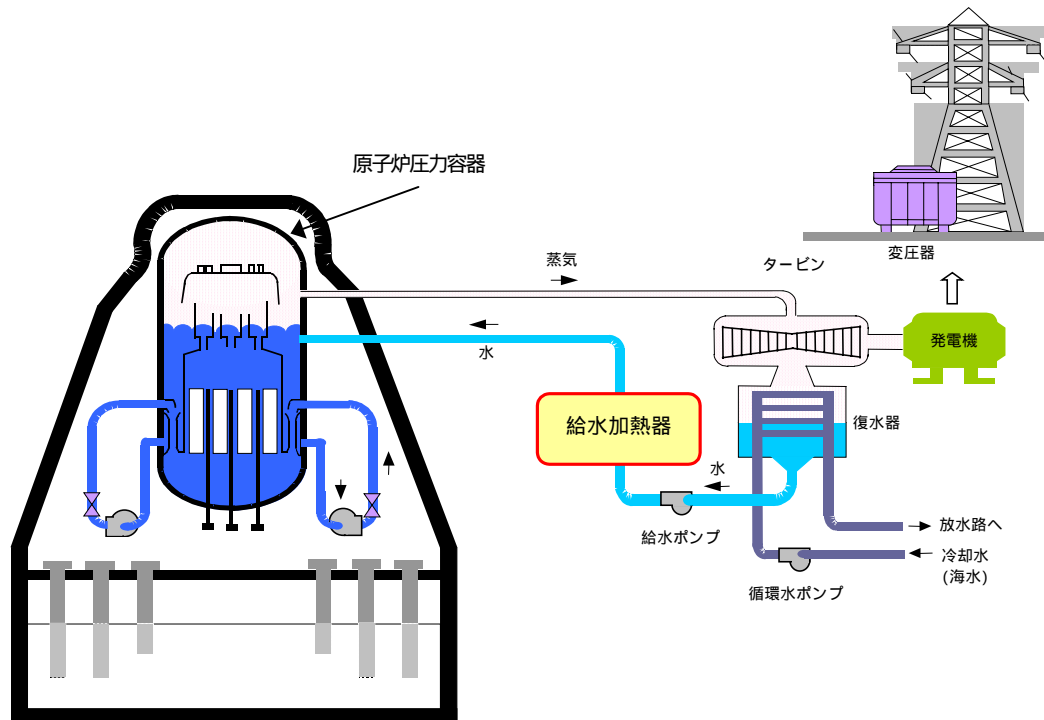
添付資料

- 添付図① 第4給水加熱器取替工事
- 添付図② 原子炉冷却材再循環流量制御弁下ぶた取替工事
- 添付図③ 原子炉水位計修繕工事
- 添付図④ 東海第二発電所 第20回定期検査工程表

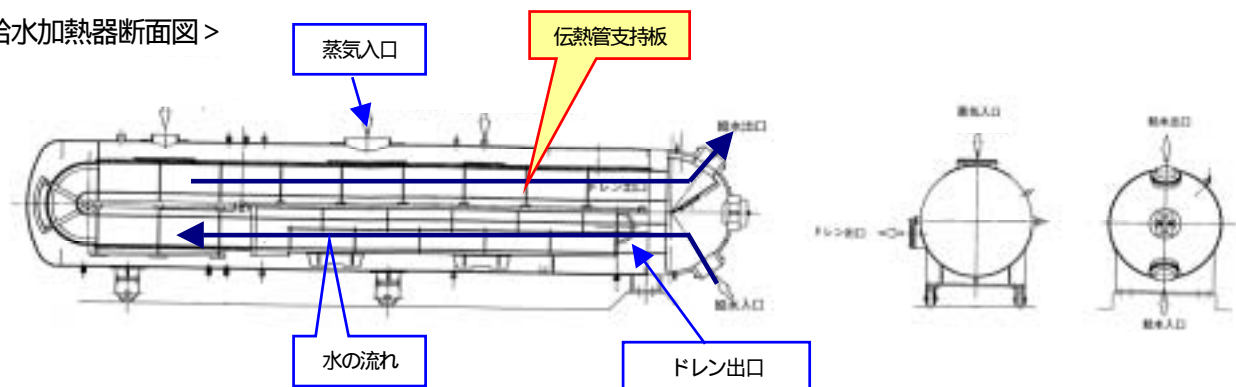
第4 給水加熱器取替工事

東海第二発電所には、全部で3系統18基の給水加熱器があり、そのうち第4給水加熱器3基について、伝熱管支持板の減肉対策として、炭素鋼から耐食性に優れた低合金鋼製の支持板に変更した給水加熱器に取替えます。

<東海第二発電所 主要系統概略>



<給水加熱器断面図>



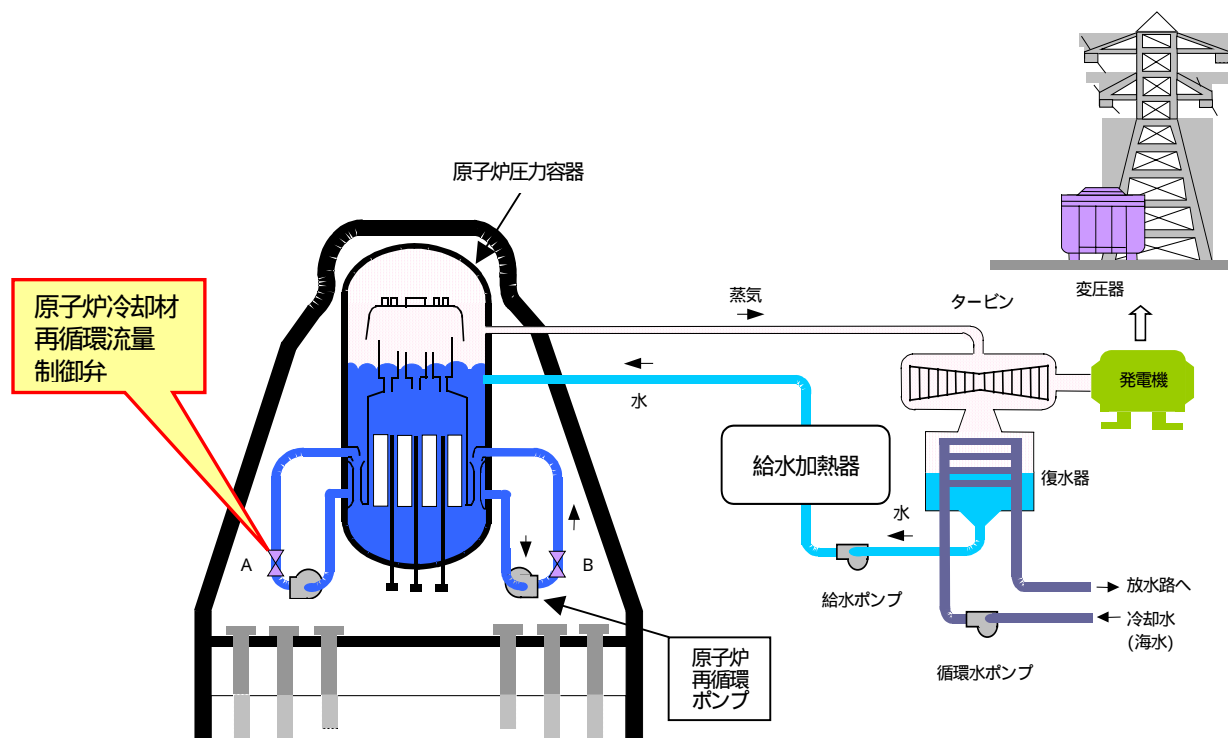
(*) 給水加熱器

原子炉で作られた蒸気は、タービン発電機を回して電気を作り、その後、復水器によって水に戻され、再度原子炉に送られます。この時原子炉に送られる水は、温度を上げてから戻すことで熱効率を高めることができるので、原子炉に戻る水の温度を上げる機器のことを給水加熱器といいます。

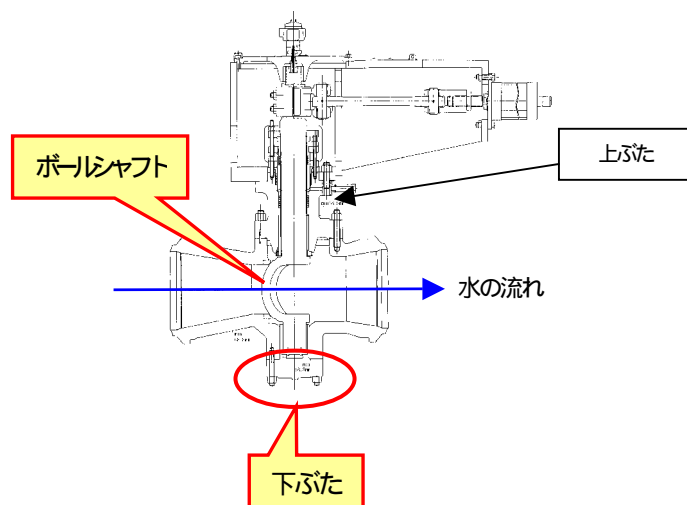
原子炉冷却材再循環流量制御弁下ぶた取替工事

原子炉冷却材再循環流量制御弁（＊）の信頼性向上のために、二つある同制御弁のうちのひとつ（Ｂ）について、ボールシャフト（弁棒）と下ぶたを取替えます。

<東海第二発電所 主要系統概略>



<原子炉冷却材再循環流量制御弁断面図>

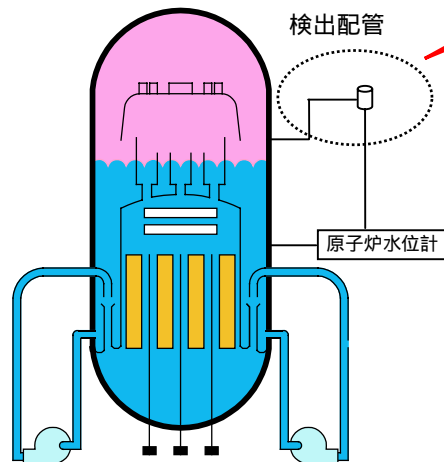


（＊）原子炉冷却材再循環流量制御弁
原子炉再循環ポンプにより、原子炉に供給される冷却水の流量を調整する弁です。

原子炉水位計修繕工事

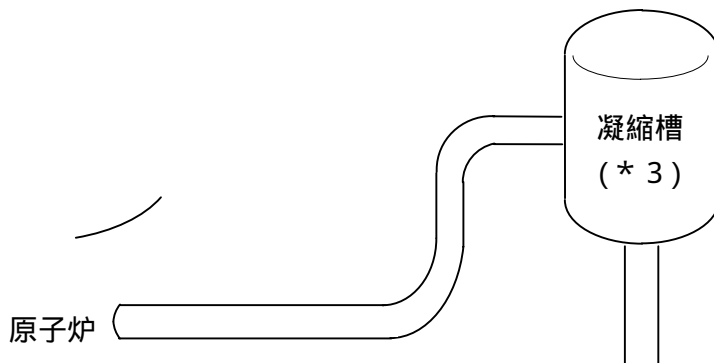
原子炉水位検出（＊１）配管への非凝縮性ガスの滞留防止策（＊２）として、当該配管の形状等を変更します。

< 原子炉圧力容器 >



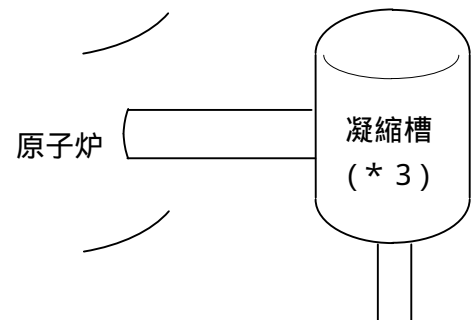
変更範囲

< 変更前 >



< 変更後 >

検出配管の勾配を無くし、口径を大きく、長さを短く変更する



（＊１）原子炉水位検出

原子炉圧力容器内の冷却水のレベル（水位）を測り、中央制御室に表示すると共に、原子炉安全保護系に使われます。

（＊２）非凝縮性ガス滞留防止策

国内他プラントにおいて、冷却水の放射線分解により発生した非凝縮性ガス（水素と酸素）が配管内に滞留し、急速に燃焼して配管が破断する事故があったことから、このガスが溜まらないように配管の形状等を変更します。

（＊３）凝縮槽

原子炉の蒸気を冷やし、凝縮した水を貯める容器であり、原子炉内の水位を測定する場合の基準水面となります。

東海第二発電所 第20回定期検査工程

添付図

